

美浜発電所2号炉 高経年化技術評価書(40年目)の概要

平成23年12月28日
関西電力株式会社

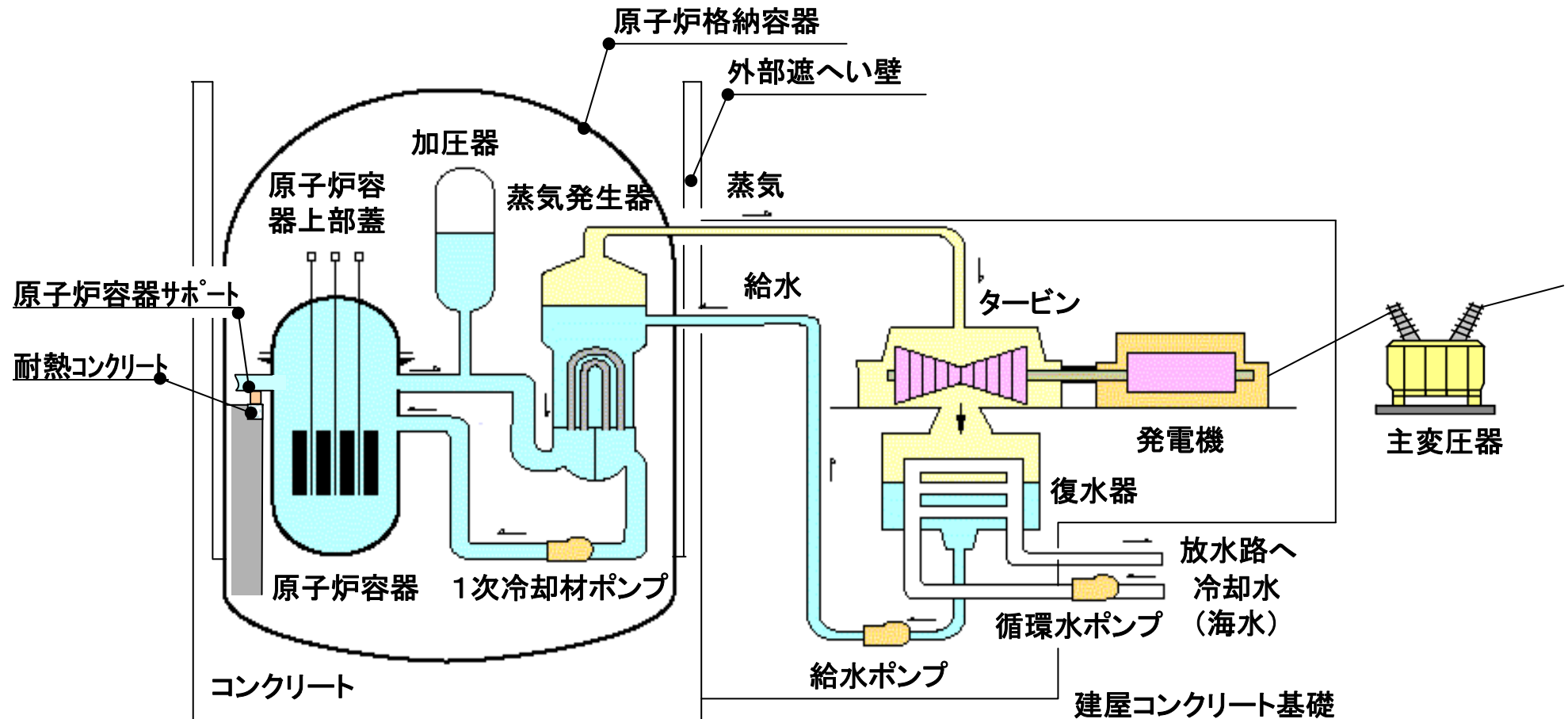
- ◆ 美浜発電所2号炉の概要と保全実績
- ◆ 美浜発電所2号炉の高経年化技術評価
- ◆ 主な経年劣化事象の評価結果
- ◆ 40年目の評価で追加する評価
- ◆ 技術評価結果の概要

美浜発電所2号炉の概要

2

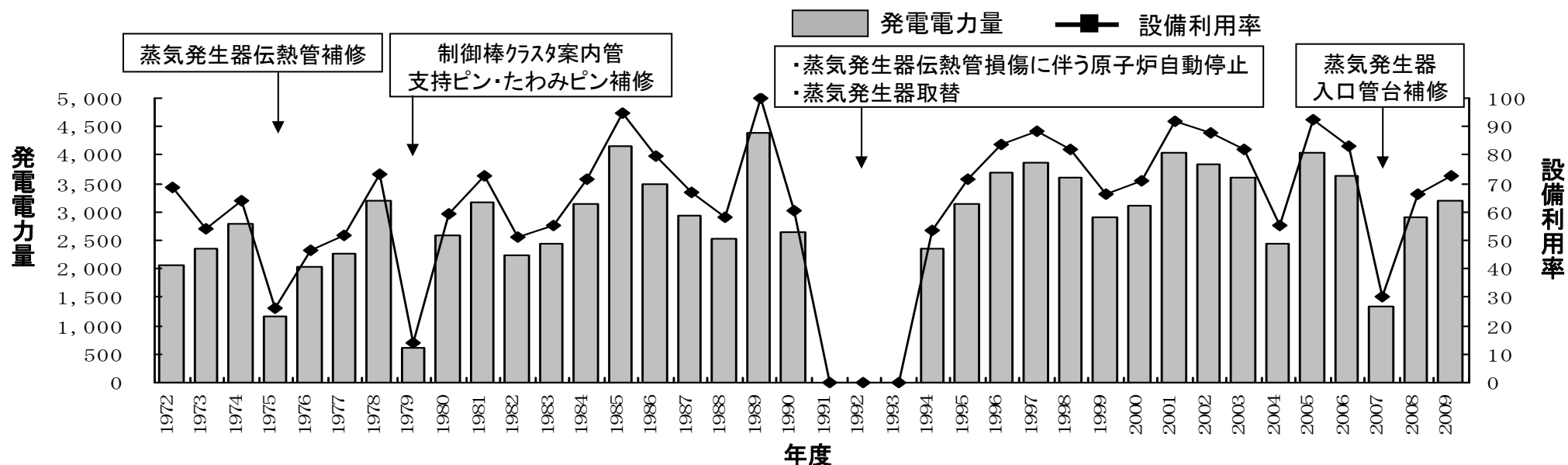
電気出力	約500MW
原子炉型式	加圧水型軽水炉
原子炉熱出力	約1,456MW

燃料	低濃縮ウラン
減速材	軽水
タービン	串型3車室再熱再生式

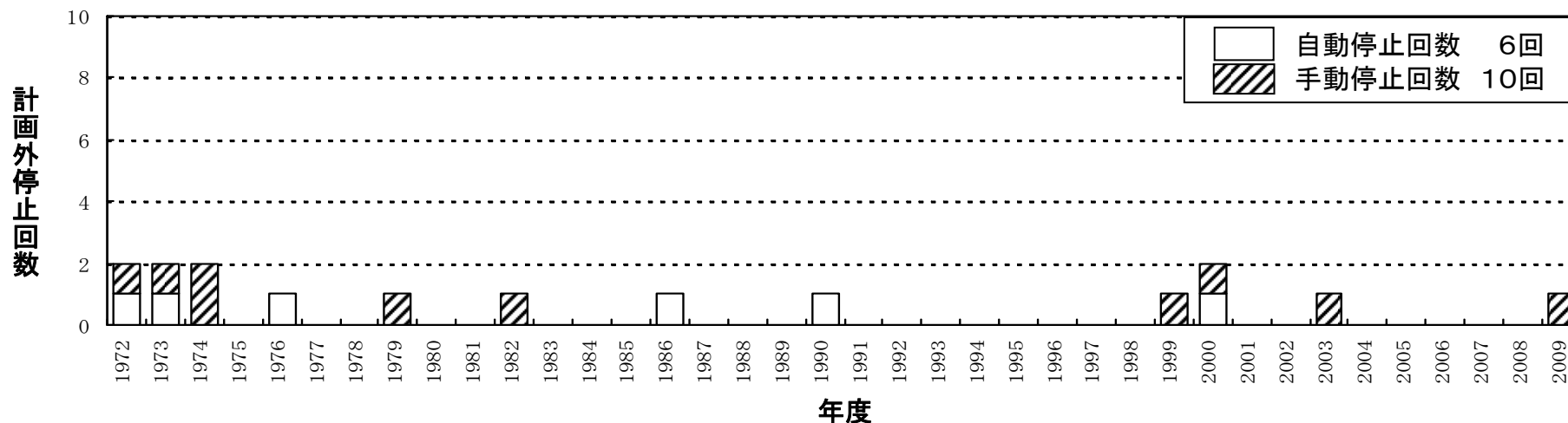


美浜発電所2号炉運転状況の推移

累積平均設備利用率=61.7%

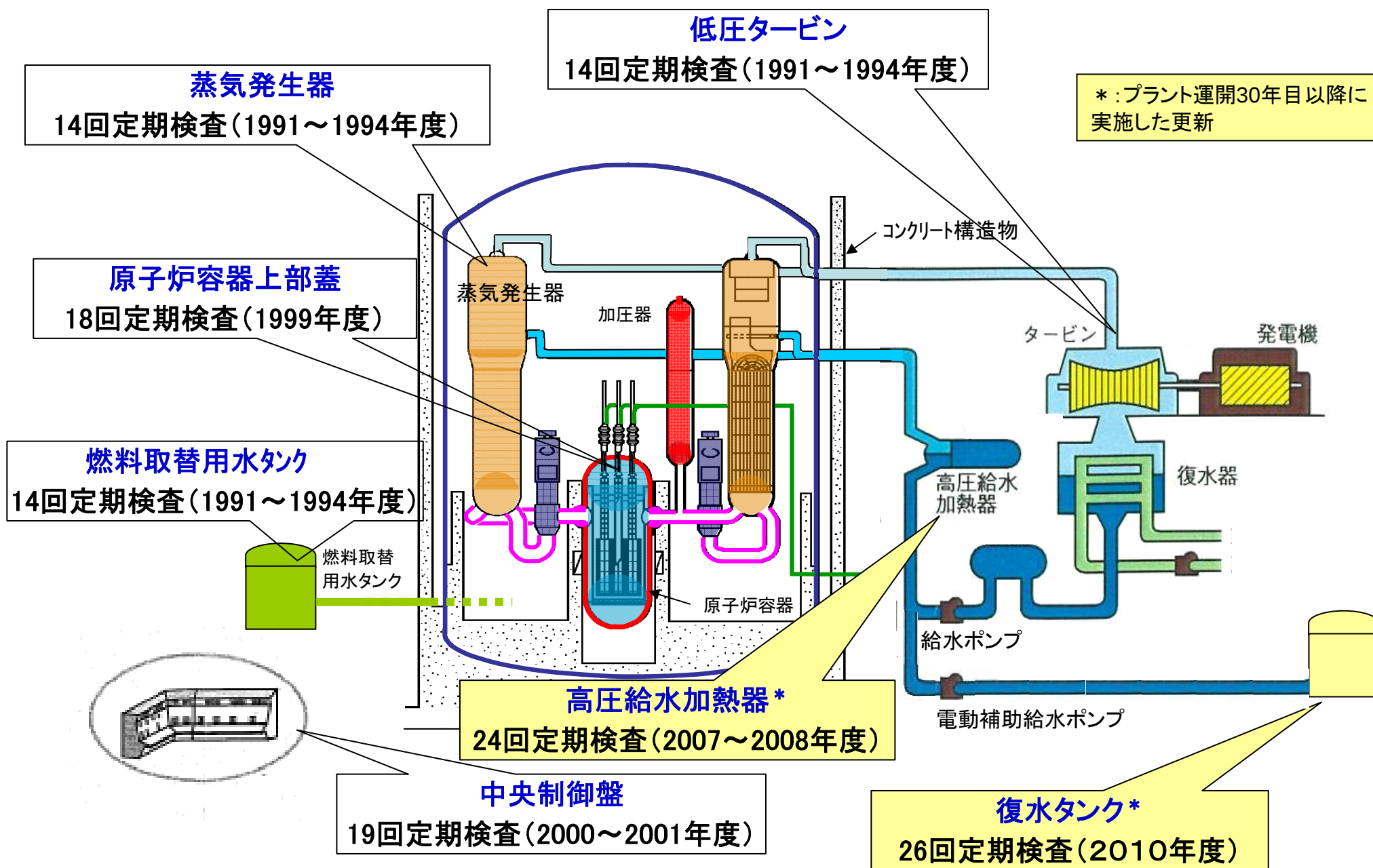


発電電力量・設備利用率の推移



計画外停止回数の推移

運転開始以降に実施した主要機器更新状況



運転開始以降に実施した主な改善(1/2)

5

事象	実施事項	改善内容	実施時期
応力腐食割れ (SCC), 疲労	蒸気発生器取替工事	改良型の蒸気発生器への取替を実施	1991年度～1994年度 (第14回定期検査時)
疲労	余熱除去系統配管取替	余熱除去クーラ出口配管とバイパスライン配管合流部取替を実施	2007年度～2008年度 (第24回定期検査時)
応力腐食割れ (SCC)	原子炉容器上部蓋取替工事	管台材料を耐食性に優れた690系ニッケル基合金に変更するなど改良型の原子炉容器上部蓋に交換	1999年度(第18回定期検査時)
	原子炉容器炉内計装筒母材部等のウォータージェットピーニング	600系ニッケル基合金使用部位の炉内計装筒母材部, 炉内計装J-溶接部, 冷却材出入口管台溶接部及び安全注入管台溶接部にウォータージェットピーニング(応力緩和)を実施	2007年度～2008年度 (第24回定期検査時)
	燃料取替用水タンク取替	耐食性に優れた材料として炭素含有量の少ないステンレスを採用したタンクに取替を実施	1991年度～1994年度 (第14回定期検査時)
	バッフルフォーマボルト取替工事	バッフルフォーマボルト全数(728本)取替を実施	2000年度～2001年度 (第19回定期検査時)
	高圧給水加熱器取替	銅合金から耐食性に優れたステンレスの伝熱管を採用した加熱器に取替を実施	2007年度～2008年度 (第24回定期検査時)

運転開始以降に実施した主な改善(2/2)

事象	実施事項	改善内容	実施時期
応力腐食割れ (SCC)	低圧タービンロータ取替工事	低圧タービンロータを低降伏応力材料を用いるとともに、翼溝部の応力を低減したロータへの取替を実施	1991年度～1994年度 (第14回定期検査時)
腐食	2次系配管取替	超音波による肉厚測定を行い、余寿命評価を実施し、必要に応じて配管取替えを実施	適宜
	2次系熱交換器取替等	湿分分離加熱器の蒸気入口部胴板、鏡板及び蒸気入口側仕切板、蒸気溝板(減肉想定箇所のみ)へのステンレス鋼内張板取付	2009年度(第25回定期検査時)
絶縁低下	固定子コイルの巻き替え、取替	B循環水ポンプモータ固定子コイル巻き替えの実施	2004年度(第22回定期検査時)
		1次冷却材ポンプモータ固定子コイル取替の実施	1996年度～1997年度 (第16回定期検査時) 1998年度(第17回定期検査時)
コンクリート劣化	コンクリート外壁面塗装	外部遮へい壁等に塗装を施し、以降、必要に応じて塗装の塗替えの補修を実施	1987年度 塗装実施 1995、2000～2009年度 補修実施
耐震裕度の向上	復水タンク取替	胴板の厚さを増すことにより耐震性を向上させたタンクへの取替えを実施	2010年度(第26回定期検査時)

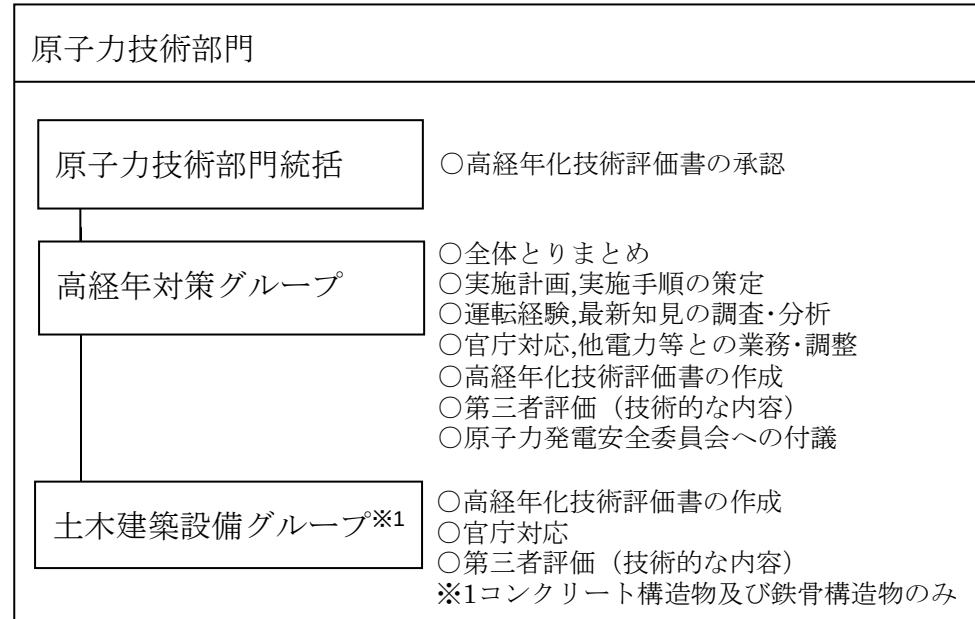
美浜発電所2号炉の高経年化技術評価

高経年化技術評価実施工程

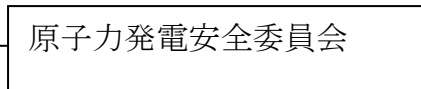
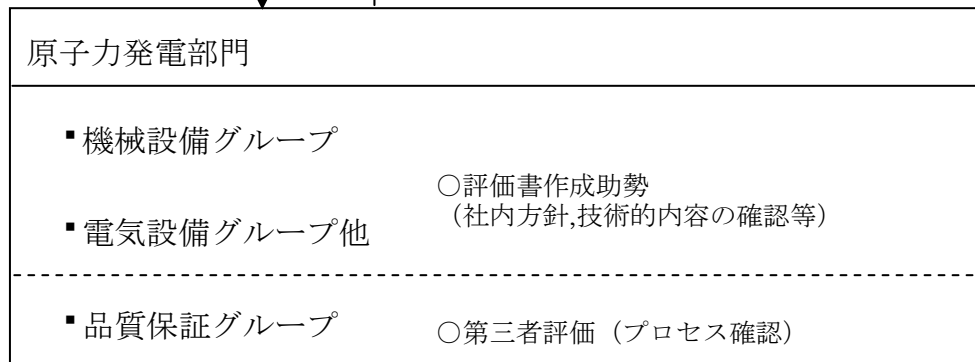
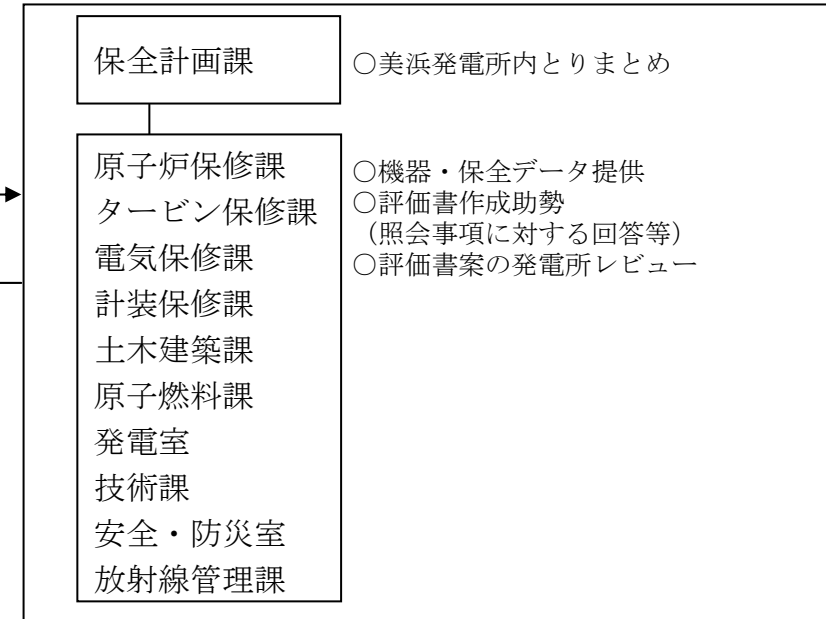
年月 項目	2010							2011							2012		
	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	7	8	...	...	7 運開 40年
手順書作成	▼																
評価書作成		■■															

高経年化技術評価実施体制

原子力事業本部



美浜発電所



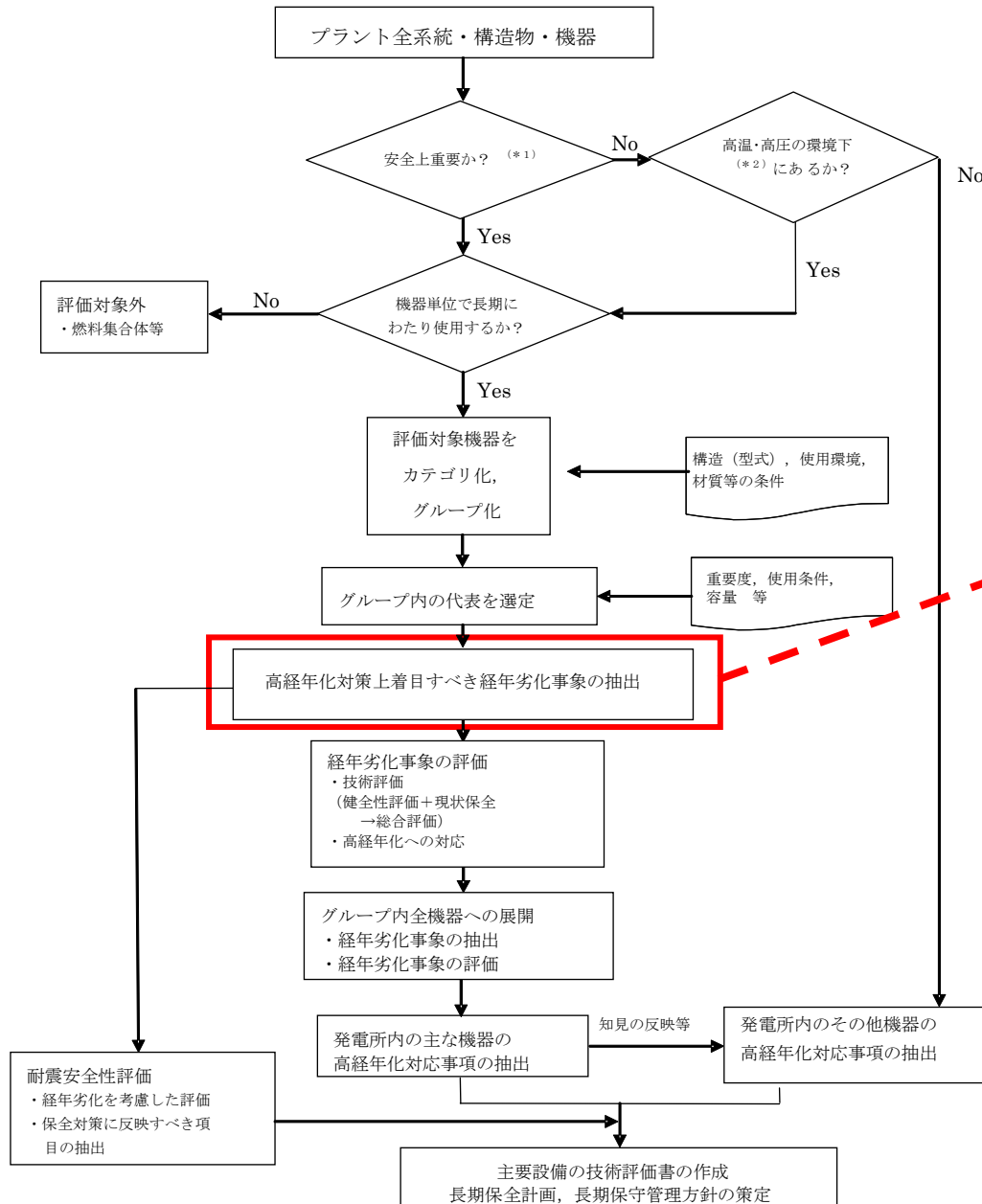
原子力発電部門統括を委員長とし、各発電所長、各発電所原子炉主任技術者、各チーフマネージャー以上の職位から構成され原子炉施設保安規定の変更等を審議し確認する。

注）必要により評価書作成助勢等の外部委託を実施するものとする。

「長期保守管理方針に基づく保守管理の実施」及び「長期保守管理方針の維持」は、発電所にて実施する。

高経年化技術評価のフロー

9



日本原子力学会標準「高経年化対策実施基準」附属書に基づき、「経年劣化メカニズムまとめ表」を参考に、経年劣化事象と部位の組み合わせを抽出した。

経年劣化事象の抽出

劣化メカニズム スクリーニング

個別条件下での抽出

第一段階

- ・経年劣化メカニズムまとめ表(「学会標準2008年版」附属書A(規定)及び「学会標準2010追補版」附属書A(規定))により、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象と部位の組み合わせを抽出
- ・まとめ表作成・改定時期以降の運転経験から抽出された経年劣化事象を反映

第二段階

- ・対象機器個別の条件を考慮し、想定される経年劣化事象を抽出

* 1: 重要度クラス1, 2(*3)

* 2: 最高使用温度が95℃を超え、または最高使用圧力が1900kPaを超える機器で原子炉格納容器外にあるもの。

* 3: 「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」(平成2年8月30日原子力安全委員会決定)の重要度分類

主な経年劣化事象の評価結果

- ① 原子炉容器の中性子照射脆化
- ② 疲労割れ
- ③ 照射誘起型応力腐食割れ
- ④ 絶縁特性低下
- ⑤ コンクリートの強度低下
- ⑥ 配管の減肉
- ⑦ 熱時効
- ⑧ 耐震安全性評価

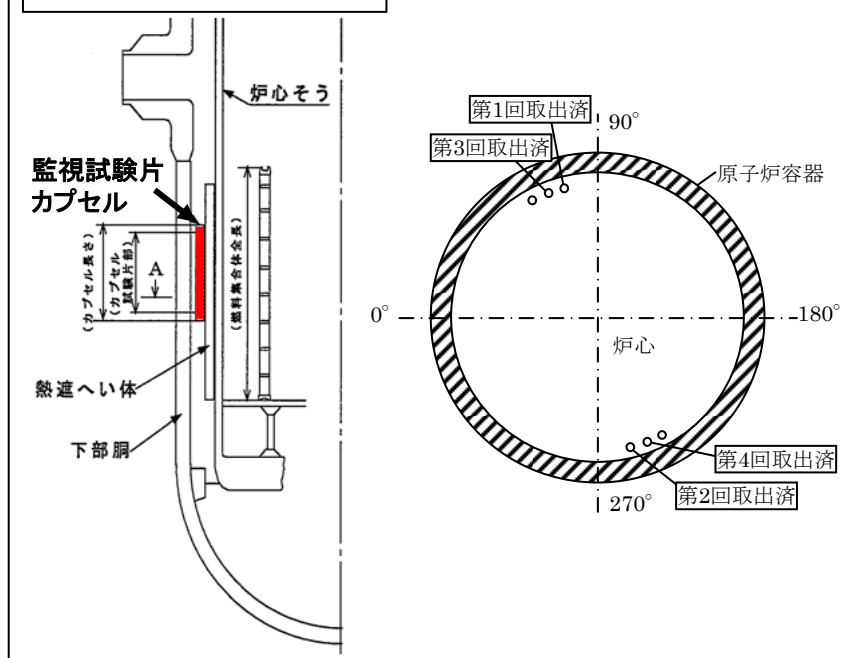
① 原子炉容器の中性子照射脆化(その1)

11

健全性評価

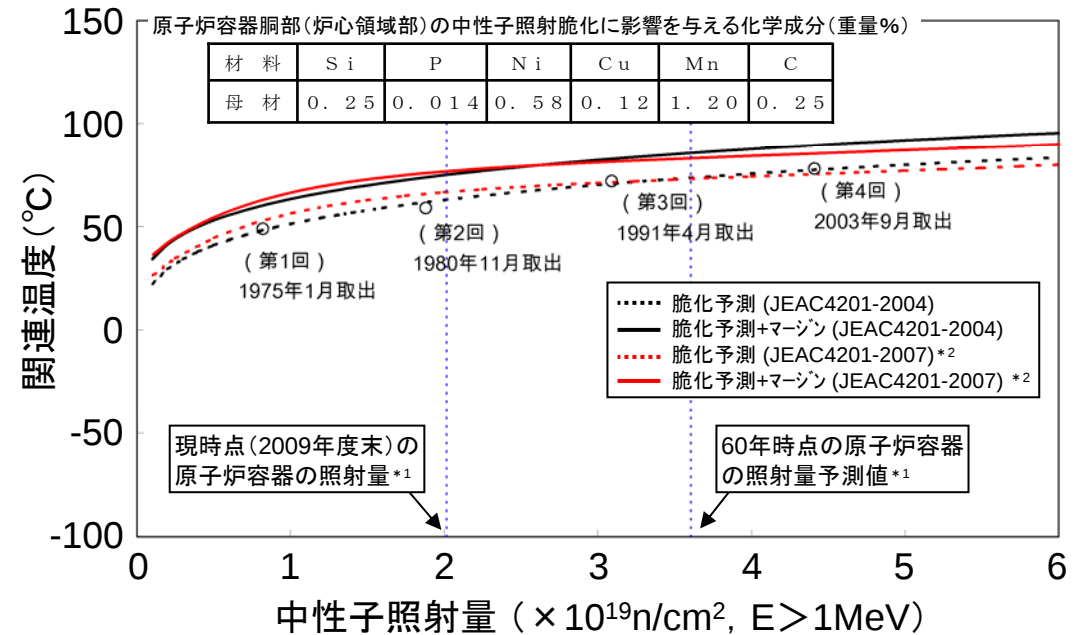
- JEAC4201-2004、2007のいずれの評価結果においても、脆化予測による予測を逸脱しておらず、特異な傾向は認められない。
- 60年経過時点の加圧熱衝撃が生じることを仮定した評価の結果、破壊に対する抵抗力が常に破壊力を上回っており、不安定破壊しないことを確認した。

照射試験片の装荷位置

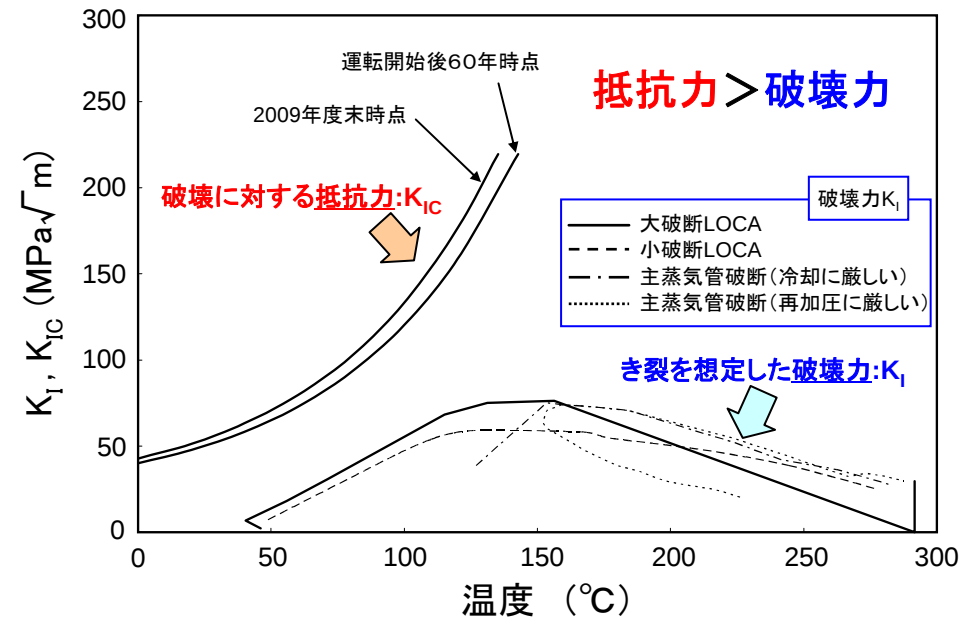


(参考)

中性子の照射を受けると金属材料は非常に微細な欠陥が生じ、靱性(破壊に対する抵抗)の低下が生じる。原子炉容器の炉心領域においては、中性子照射とともに関連温度は上昇する。



* 1: 原子炉容器内表面から板厚の1/4深さでの照射量
* 2: 原子炉容器内表面から板厚の1/4深さでの中性子束に基づく予測



① 原子炉容器の中性子照射脆化(その2)

12

健全性評価(続き)

○上部棚吸収エネルギー予測式による評価を実施し、68Jを下回る母材については、JEAC4206に基づくき裂安定性評価によって、き裂を想定しても不安定破壊に至らないことを確認した。

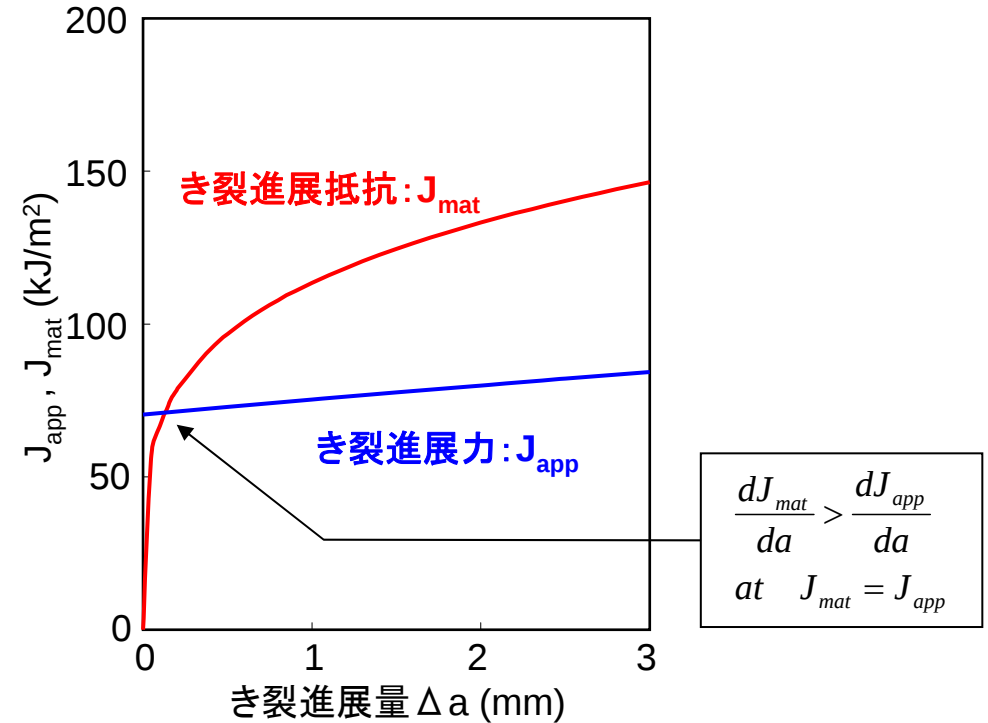
評価時期	材料	関連温度 初期値(°C)	関連温度 (°C)	上部棚吸収 エネルギー(J)
2009年度末時点	母材	-3	77 (76)	70
	溶接金属	-47	32 (35)	119
	熱影響部	-40	22 (22)	100
運転開始後60年時点	母材	-3	83 (86)	67
	溶接金属	-47	38 (41)	113
	熱影響部	-40	29 (29)	94

※数値はJEAC4201-2007による評価結果、()内はJEAC4201-2004による評価結果

現状保全

○JEAC4201に基づき計画的に監視試験を実施、定期的に超音波探傷検査を実施している。
○運転管理上の制限として加熱冷却時制限曲線及び耐圧漏えい試験温度を設けて運用している。

母材のき裂安定性評価 (供用状態D, 周方向欠陥に対する評価の例)



総合評価

炉心領域部の中性子照射脆化が機器の健全性に影響を与えることはない。また、保全内容も適切である。

高経年化への対応

現状保全を継続して実施していく。

健全性評価

プラント実過渡回数から、60年時点の過渡回数を推定し、60年時点での疲労累積係数を評価（環境を考慮した評価も実施）

現状保全

- 定期的な超音波探傷検査等の非破壊検査や、漏えい試験で健全性を確認している
- 高経年化技術評価に合わせて、実過渡回数に基づく評価を実施

総合評価

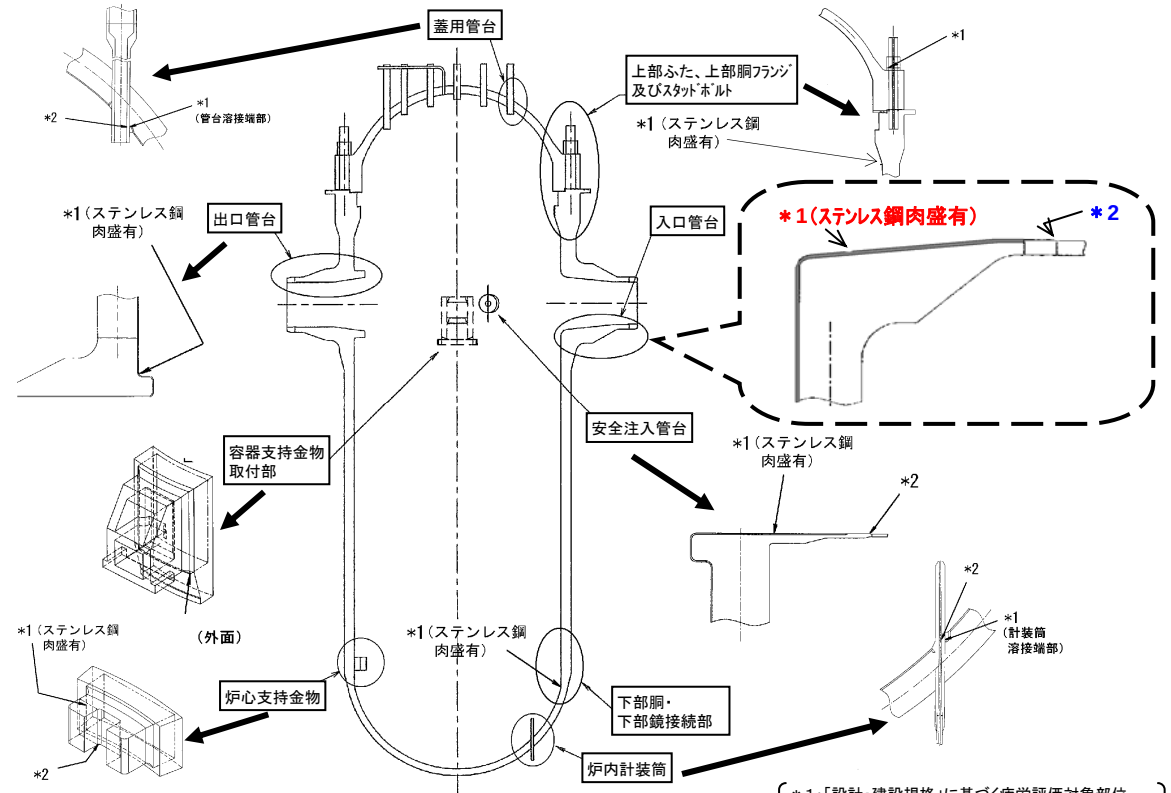
疲労割れが問題となる可能性はないと考える。ただし、今後も実過渡回数を把握し、評価する必要がある。また、疲労割れは超音波探傷検査等で検知可能であり、点検手法は適切

高経年化への対応

冷却材出入口管台等の疲労割れについては、現状保全項目として、実過渡回数に基づく評価を定期的に実施していく。

（参考）

疲労累積係数：材料に何種類かの応力が組み合わさって作用したときの疲労損傷を示す指標であり、許容値は1以下



原子炉容器の疲労評価結果

評価対象部位	疲労累積係数（許容値：1以下）	
	設計・建設規格による解析	環境疲労評価手法による解析
冷却材入口管台	0.032	0.001*3
冷却材出口管台	0.044	0.001*3
安全注入管台	0.046	0.019*3
蓋用管台	0.088	0.001*3
炉内計装筒	0.351	0.006*3
上部蓋、上部胴フランジ	0.017	—*4
下部胴・下部鏡接続部	0.004	—*4
炉心支持金物	0.007	0.001*3
容器支持金物取付部	0.005	—*4
スタッドボルト	0.260	—*4

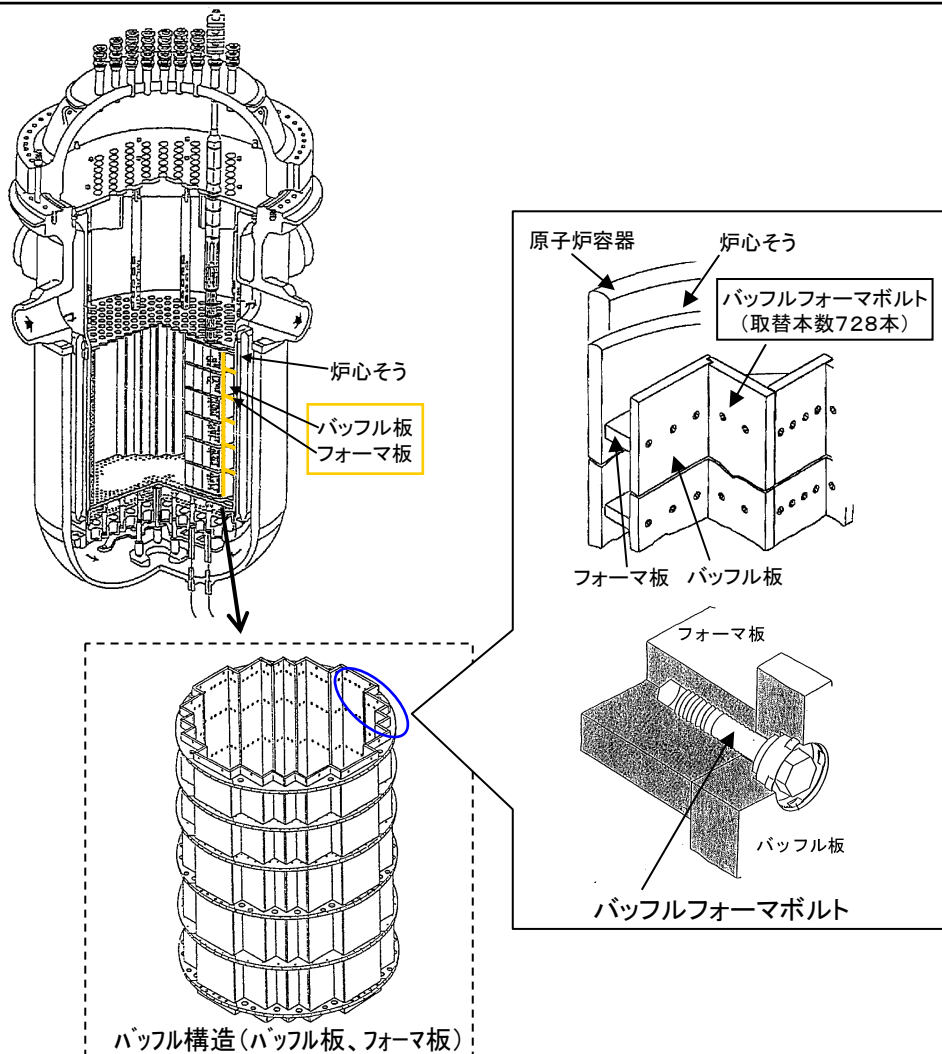
*3：炉水環境にある箇所には絞り評価を実施しているため、設計・建設規格による解析評価対象箇所とは異なる。

*4：非接液部（炉水環境となる部位はない）

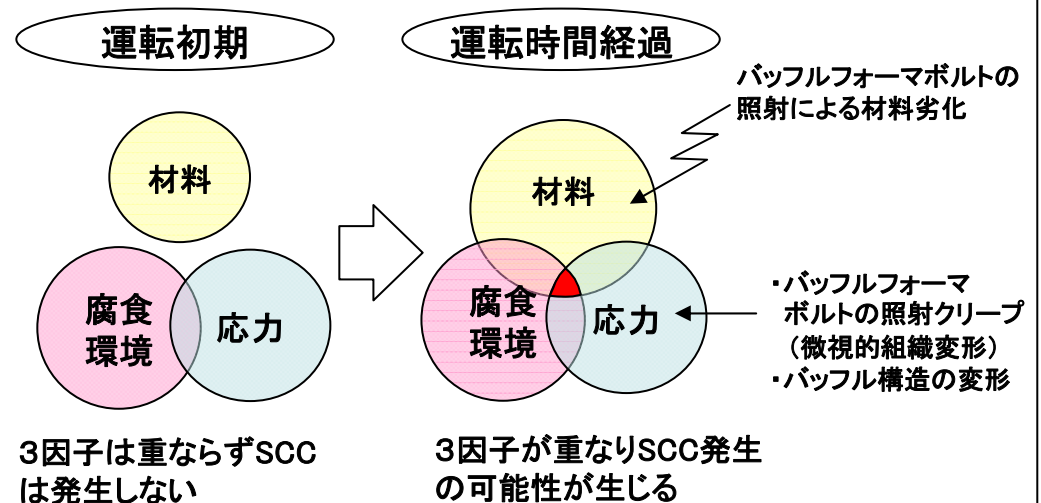
③照射誘起型応力腐食割れ(その1)

14

- 応力腐食割れ(SCC)の発生要因は①材料、②応力、③環境の3つだが、運転時間が経過し、高い中性子照射量を受けると、材料の経年変化等に伴い応力腐食割れが発生する可能性がある。
- 中性子照射量の高い炉内構造物の中から、相対的に最も割れが発生する可能性が高く(中性子照射量, 応力レベル, 及び温度条件が最も厳しい), 海外で損傷事例のあるバッフルフォーマボルトを代表として詳細評価した。



バッフルフォーマボルトのSCC発生概念図



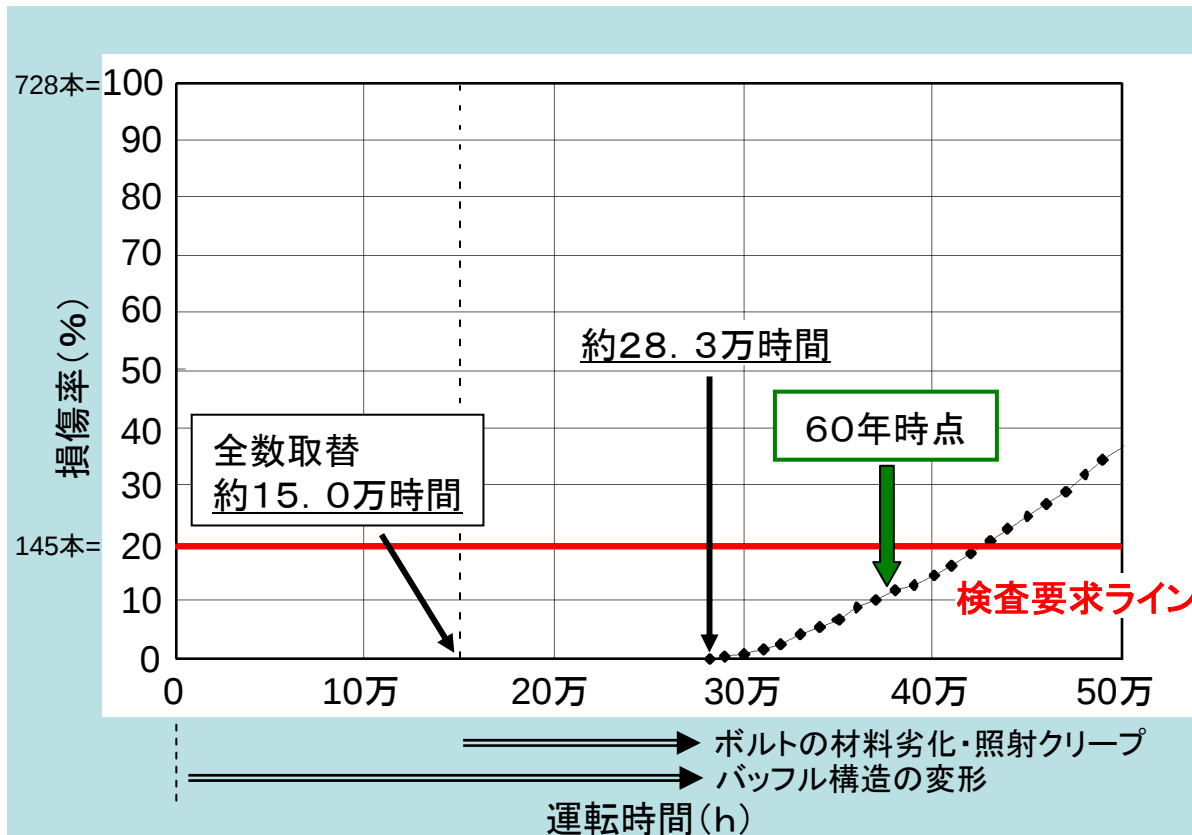
※美浜2号炉では、バッフルフォーマボルトの材料劣化の影響をリセットするため、全数取替実施済み。

③照射誘起型応力腐食割れ(その2)

15

健全性評価

バッフルフォーマボルトについては、全数(728本)の取替を実施しているが、日本機械学会 維持規格および最新知見を用いて評価した結果、運転時間が約28.3万時間を越えると損傷の可能性が否定できない。



現状保全

- バッフルフォーマボルトに対して第14回定期検査時(1991年度～1994年度)及び第16回定期検査時(1996年度)に超音波探傷検査を実施、有意な指示なし。
- 予防保全として第19回定期検査時(2000年度～2001年度)に、首下部の曲率半径を大きくしたSUS316CWへ全数取替
- 定期的に水中テレビカメラによる可視範囲の目視検査を実施している。

総合評価

60年時点ではボルト本数全体の損傷が約7割に至ることはないと予測されるため、構造強度・機能の健全性に影響を与える可能性は低い。また、点検手法は適切である。

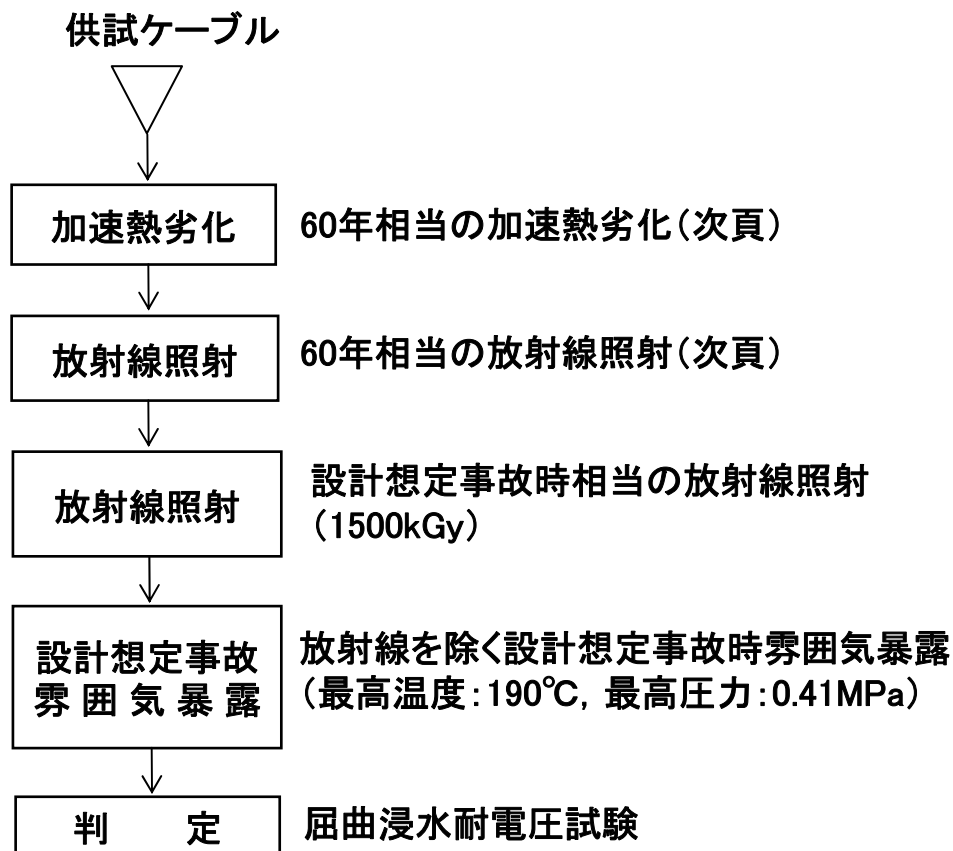
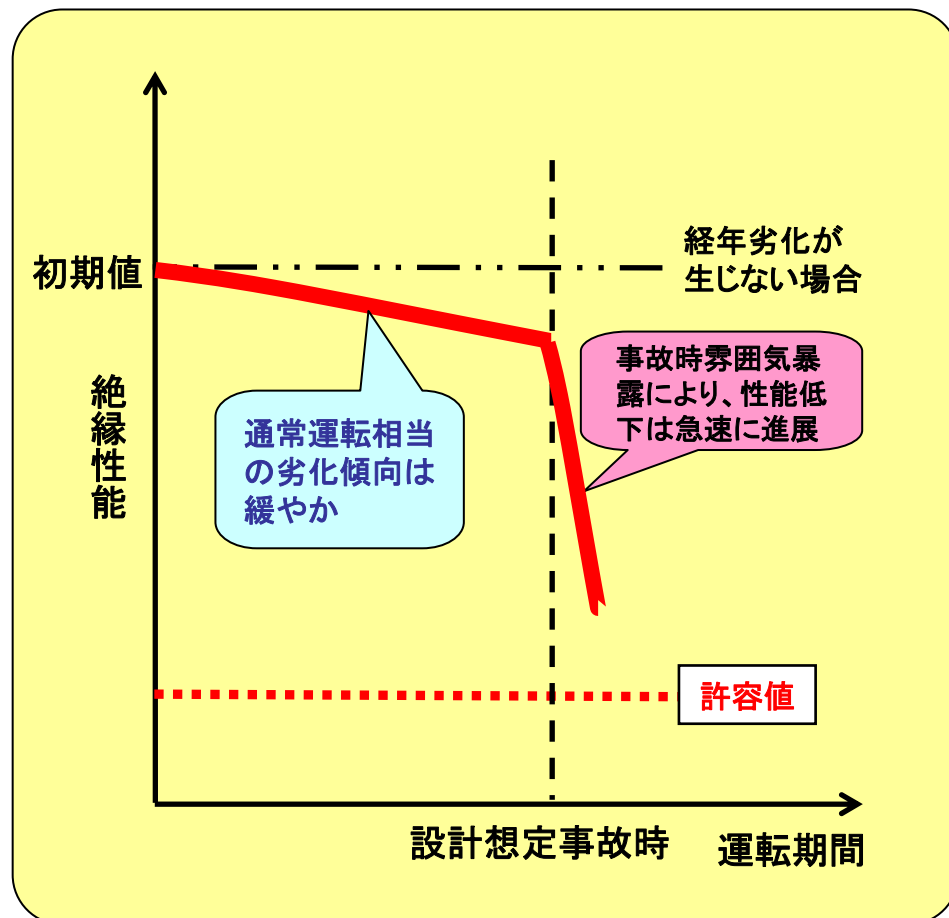
高経年化への対応

必要に応じて日本機械学会 維持規格(JSME S NA1-2008)に基づき、適切な時期に超音波探傷検査を実施することを検討する。

④ 絶縁特性低下(その1)

○ 評価対象機器: 電気ペネトレーション, 弁電動装置, ケーブル, ファンモータ等

【評価例】: 低圧・同軸ケーブル



長期健全性試験手順

事故時雰囲気内で機能要求される電気・計装設備は、60年間の通常運転環境内での経年劣化による絶縁低下と、事故時雰囲気内での絶縁低下を模擬した長期健全性試験にて、健全性評価を行なっている。

④ 絶縁特性低下(その2)

例：難燃PHケーブルの長期健全性試験条件

		試験条件	60年間の通常運転時の 使用条件に基づく劣化条件 または 設計想定事故時の環境条件
通常 運転 相当	温度	140℃－9日	120℃－9日 (=62℃※－60年)
	放射線 (集積線量)	500kGy	100kGy
設計 想定 事故 相当	放射線 (集積線量)	1500kGy	516kGy
	温度	最高温度：190℃	最高温度：約137℃
	圧力	最高圧力： 0.41MPa[gage]	最高圧力： 約0.27MPa[gage]

※ 原子炉格納容器内でのケーブル周囲温度(約44℃)に通電による温度上昇と若干の余裕を加えた温度として設定した。

結論

試験条件は、実機環境に基づいて60年間の運転期間を想定した劣化条件を包絡している。

健全性評価

電気学会推奨案に基づく長期健全性試験による評価を実施した結果、運転開始後60年時点においても絶縁機能を維持できる。

現状保全

定期的に系統機器の動作確認、又は絶縁抵抗測定を行い異常のないことを確認している。

総合評価

現時時点の知見においては、絶縁体の絶縁低下により機器の健全性に影響を与える可能性はない。

高経年化への対応

事故時雰囲気内で機能要求のある一部の(製造メーカが異なる)ケーブルについて、第27回定期検査時に、長期健全性試験による評価を実施した難燃PHケーブルへ取り替える。

⑤ コンクリートの強度低下

18

健全性評価

コンクリートの強度について考えられる劣化要因について評価した。

要因	評価	説明
熱	○	(普通コンクリート) 温度制限値(一般部分65℃、局部90℃)以下 (耐熱コンクリート) 温度分布解析で求めた最高温度によって構造健全性上、問題となる強度低下が生じない
放射線照射	○	・運転開始後60年後の照射量は規定値(中性子 $1 \times 10^{20} \text{n/cm}^2$ 、ガンマ線 $2 \times 10^{10} \text{rad}$)以下
中性化	○	・運転開始後60年後の中性化深さは鉄筋が腐食し始める時の深さ以下
塩分浸透	○	・運転開始後60年後の塩分による鉄筋腐食減量はかぶりコンクリートにひび割れが発生する時点の鉄筋腐食減量以下
アルカリ骨材反応	—	・使用材料は反応性骨材でないことが確認できていることから評価すべき事象ではない
機械振動	○	・タービン架台等振動を受ける部位には有害なひびわれなし
凍結融解	—	・地域的に凍害危険度が極めて低いことから評価すべき事象ではない
化学的侵食	—	・化学的侵食による強度低下を受ける部位がないことから評価すべき事象ではない

現状保全

- ・定期的にコンクリート、塗装を目視確認
- ・必要に応じ塗装の塗り替え等を実施
- ・非破壊検査にてコンクリート強度を確認

総合評価

コンクリート強度は設計基準強度を上回っており、有意な欠陥がないことから保全方法は適切である。

高経年化への対応

コンクリート構造物の強度低下に対しては、今後も現状の保全方法により健全性を確認していく。
さらに原子炉容器支持部のコンクリートに関しては、変形を傾向監視する。

コンクリート強度の破壊試験結果(単位: N/mm^2)

構造物	外部遮へい壁 内部コンクリート 原子炉格納施設基礎 原子炉補助建屋	タービン架台	取水 構造物
設計基準強度	20.6	17.7	23.5
2009-2010年 の試験結果 【()内は1999年 以前の結果】	34.6~40.5 (約33~45)	26.1 (—)	40.1 (約39)

⑥ 配管の減肉

19

○社内指針「2次系配管肉厚の管理指針」に基づき、超音波による肉厚計測を実施。

管理指針は、「原子力設備2次系配管肉厚の管理指針(PWR)」(平成2年5月)をスタート点として、

- ・保安院指示文書(NISA-163c-08-2)

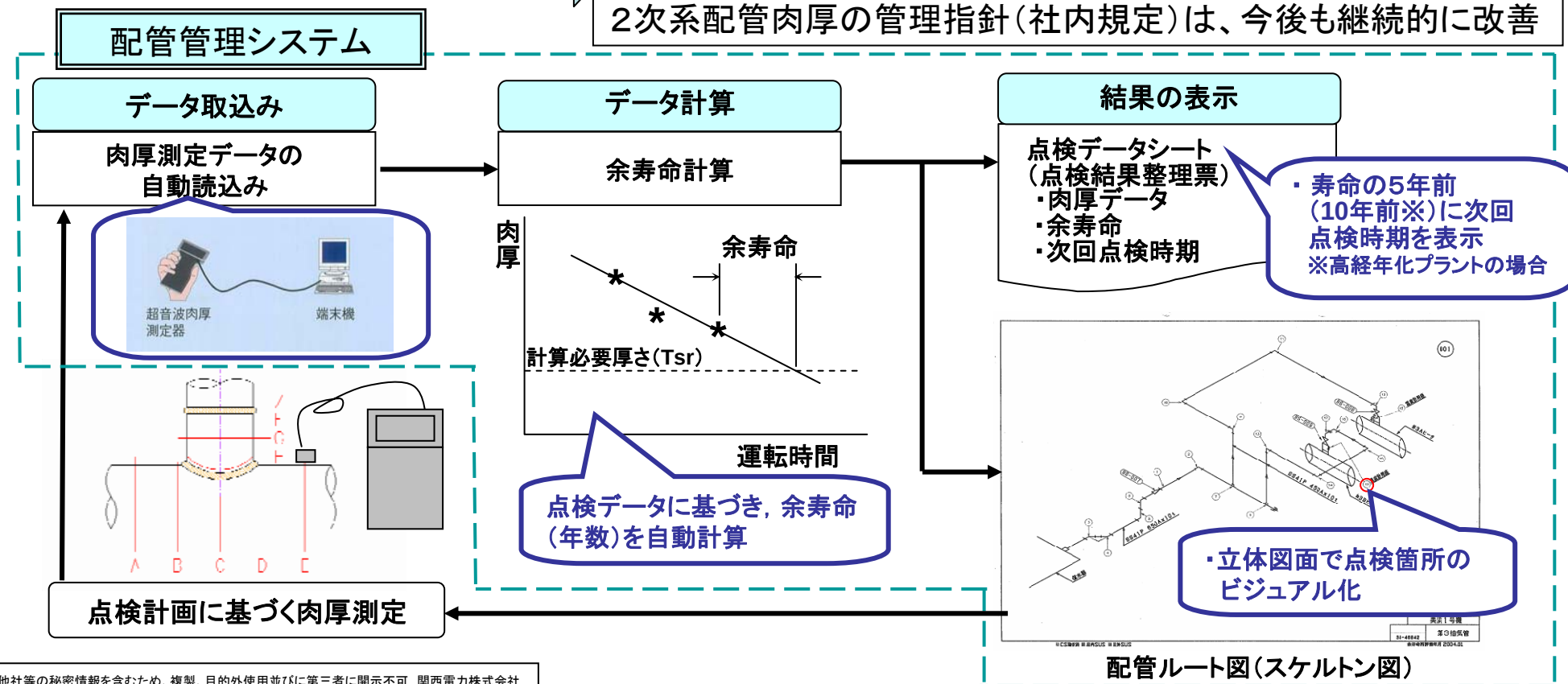
- ・日本機械学会 加圧水型原子力発電所配管減肉管理に関する技術規格(JSME S NG1-2006)

等の内容を適宜取り込み、内容の充実を図ってきた。

〔 初回の検査時期は、「日本機械学会 加圧水型原子力発電所配管減肉管理に関する技術規格」で定める初期設定減肉率を用いて余寿命を求め、余寿命の5年前までの期間または3定検以内のいずれか短い時期としている。 〕

○第22回定期検査(2004年度)、第23回定期検査(2005年度～2006年度)及び24回定期検査(2007年度～2008年度)で、主要点検部位及びその他の全ての管理対象箇所についての点検が完了

他社の運転経験情報や産業界大での研究成果等を取り込み、2次系配管肉厚の管理指針(社内規定)は、今後も継続的に改善



評価対象

一次冷却材管および一次冷却材ポンプケーシング

健全性評価

運転開始後60年時点までの疲労き裂進展長さを考慮した評価用き裂を想定しても、材料のJmatとJappの交点においてJmatの傾きがJappの傾きを上回ることから、配管は不安定破壊することはない。健全性評価上問題とならない。

現状保全

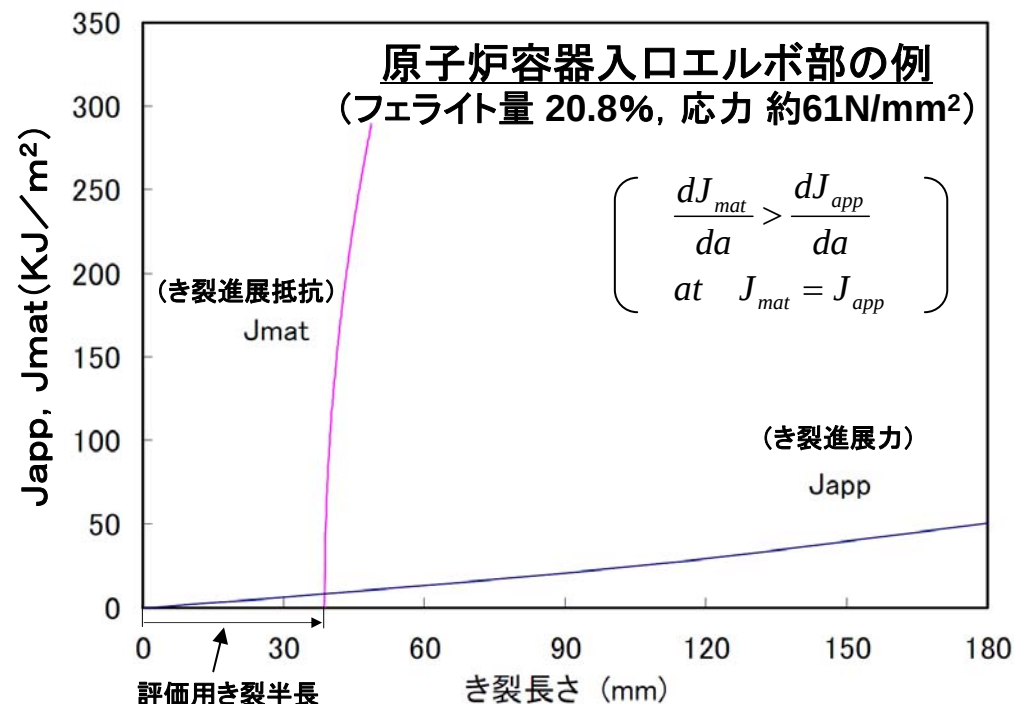
定期的に溶接部の超音波探傷検査を実施している。ケーシングはVT-3(可視範囲)

総合評価

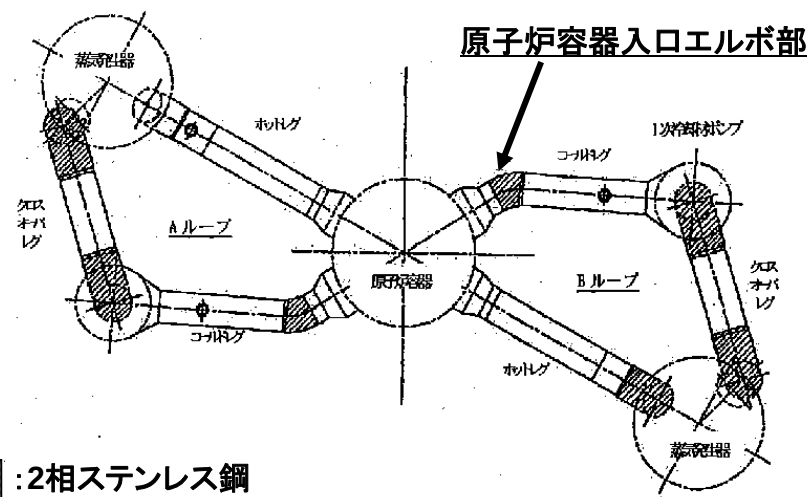
現時点の知見においては問題となる可能性はない。また、点検手法は適切である。

高経年化への対応

現状保全項目に追加すべきものはない。



[一次冷却材管]

 :2相ステンレス鋼

⑧ 耐震安全性評価(概要一覧)

○ 運転開始後60年時点で想定される経年劣化を仮定し、耐震安全性評価※を実施した

※「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」、JEAG4601「原子力発電所耐震設計技術指針」等に基づき実施。なお、耐震バックチェック中間報告の評価対象である安全上特に重要な設備については、新耐震指針に照らして策定した基準地震動 S_s に対して、経年劣化を仮定した耐震評価を行い、耐震安全性を確認する予定。

経年劣化事象	評価結果(例)の概要
摩耗 (制御棒クラスタ案内管・被覆管)	現状保全で管理される範囲内での摩耗を想定して、地震時の制御棒挿入時間を算出し、規定値を上回らないことを確認
摩耗 (重機器支持構造物)	ヒンジ摺動部に摩耗を想定して、当該部位における地震時の発生応力を算出し、許容応力を上回らないことを確認
腐食 (配管、熱交換器)	現状保全で管理される厚さまでの減肉を仮定して、当該部位における地震時の発生応力を算出し、許容応力を上回らないことを確認
腐食 (基礎ボルト)	基礎ボルトのコンクリート直上部に腐食による断面減少を仮定して、地震時の発生応力を算出し、許容応力を上回らないことを確認
疲労割れ (配管、弁、炉心そう等)	実過渡回数から算出した運転開始後60年時点での運転による疲労累積係数と、地震による疲労累積係数の合計が1を上回らないことを確認
応力腐食割れ (配管、熱交換器等)	保守的なき裂を想定して、当該部位における地震時の発生応力を算出し、き裂安定限界応力を上回らないことを確認
高サイクル疲労割れ (配管、熱交換器等)	保守的なき裂を想定して、当該部位における地震時の発生応力を算出し、き裂安定限界応力を上回らないことを確認
照射誘起型応力腐食割れ (バッフルフォーマボルト)	保守的に、7段設置されているうちの2段目及び3段目のバッフルフォーマボルト全てに損傷を仮定して、評価上最も厳しいバッフルフォーマボルトに生じる地震時の発生応力及び制御棒挿入時間を算出し、それぞれの許容値を上回らないことを確認
熱時効 (1次冷却材管)	保守的なき裂を想定して、当該部位における地震時のき裂進展力を算出し、熱時効を考慮した材料のき裂進展抵抗値を上回らないことを確認
中性子照射脆化 (原子炉容器胴部・支持構造物、炉心そう)	保守的なき裂を想定して、地震時の当該部位における応力拡大係数が、中性子照射をうけた材料の破壊靱性値を上回らないことを確認

⑧ 耐震安全性評価(配管減肉、中性子照射脆化の例)

22

配管減肉の例

配管減肉の起こり得る、エルボ、レジューサ、分岐、および弁下流部が、現状の保全活動で管理される厚さ(「必要最小肉厚」又は「実測データに基づき算出した肉厚」)まで、周軸方向に一様に減肉した状態を想定し、地震時に発生する応力が許容応力を上まわらないこと、又は疲労累積係数が許容値1を上まわらないことを確認した。

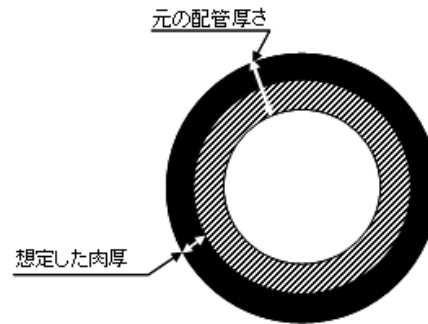
なお「実測データに基づき算出した肉厚」で評価した系統配管については、美浜2号炉が運転開始後40年を迎える前に開始予定の第27回定検時に、設備対策を行った後「必要最小肉厚」による再評価を実施する計画としている。

<応力比評価>

評価対象	応力比*1
補助蒸気系統配管	0.62
低温再熱蒸気系統配管	0.24
第2抽気系統配管	0.05
第3抽気系統配管	0.85
グランド蒸気系統配管*2	0.88
復水系統配管*2	0.65
ドレン系統配管*2	0.84
主蒸気系統配管*2	0.99
主給水系統配管	0.70

<疲労累積係数評価>

評価対象	疲労累積係数
蒸気発生器ブローダウン系統配管*2	0.544



*1: 応力比=1次応力/許容応力 主給水系統配管は、(1次+2次)応力/許容応力

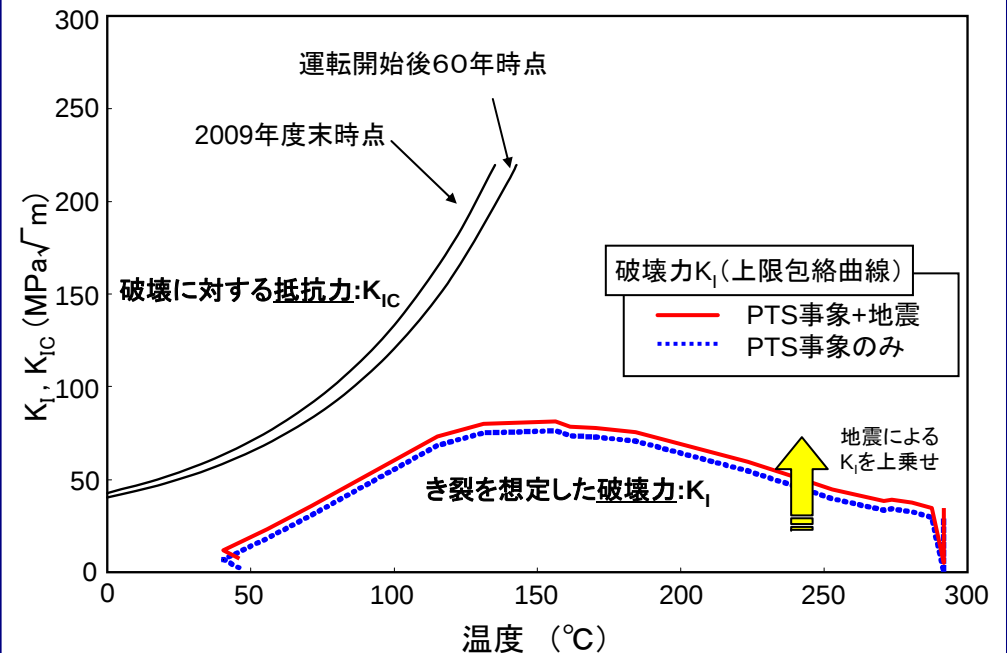
主給水系統配管の許容応力:
クラス2の一次+二次応力の許容応力IVASの2Sy
主給水系統配管以外の許容応力:
発電用火力設備(クラス3の一次応力の許容応力IIIASのSyを準用)

*2に示す配管は、実測データに基づき算出した結果を記載している

中性子照射脆化の例

原子炉容器に対して、加圧熱衝撃事象が生じることを仮定し、同時に地震が発生すると仮定した場合の評価を実施し健全性を確認した。

具体的には、加圧熱衝撃事象(大破断LOCA、小破断LOCA、主蒸気管破断)による破壊力 K_I を上限包絡する曲線に対して、さらに地震による応力拡大係数を一律上乘せした結果、この地震を加味した破壊力 K_I が、60年経過時点の中性子照射脆化を考慮した抵抗力 K_{IC} を常に下回ることを確認した。



①経年劣化傾向の評価（30年目評価との比較）

②保全実績の評価 （30年目評価後に発生したトラブル分析）

③長期保守管理方針の有効性評価

40年目の評価で追加する評価

①経年劣化傾向の評価(30年目評価との比較例)

○ 40年目の評価は30年目の評価から乖離するものではないことを確認

<低サイクル疲労の評価例>

機器・設備	部 位	60年時点の予測値 (許容値：1以下) (() 内は環境疲労を考慮した値)		相違の理由
		30年目評価	40年目評価	
1次冷却材管	加圧器サージライン用管台	0.002 (0.013)	0.033 (0.138)	疲労評価手法の変更 改造工事による評価モデルの変更
	充てんライン用管台	0.007 (0.055)	0.003 (0.017)	

<原子炉容器の中性子照射脆化の評価例>

項 目	部 位	60年時点の予測値		相違の理由
		30年目	40年目	
関連温度(℃)	胴部(母材)	89	83(86)	・第4回監視試験結果を反映 ・JEAC4201-2000からJEAC4201-2004/2007に変更 ・上部棚吸収エネルギーの評価式をRegulatory Guide 1.99 Rev.2から国内USE予測式に変更
	胴部(溶接金属)	42	38(41)	
	胴部(熱影響部)	27	29(29)	
上部棚吸収エネルギー(J)	胴部(母材)	71	67(67)※	
	胴部(溶接金属)	108	113(113)	
	胴部(熱影響部)	86	94(94)	

注：() はJEAC4201-2004に基づく評価結果を示す。

※：JEAC4206に基づき弾塑性破壊力学評価を実施した

①経年劣化傾向の評価(日常劣化管理事象)

運転監視、巡視点検、定期的な検査及び点検により設備の健全性を確認し、経年劣化が認められた場合には詳細な調査及び評価を行い、補修、取替等の保全を実施。特に長期使用によって発生する経年劣化事象については、点検に経年的な変化の傾向を把握し、故障に至る前に計画的な保全を実施



原子炉容器等の600系ニッケル基合金の応力腐食割れの例

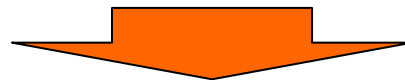
- ・温度、応力条件を基に評価を行い30年目評価で確認された劣化傾向から大きく乖離するものではないことを確認
- ・予防保全対策としてウォータージェットピーニング等の施工や保安院指示文書に基づく超音波探傷試験等の保全が適切に行われていることを確認

定期検査の受検とともに定期事業者検査における実施に係る組織等の妥当性を定期安全管理審査にて審査



美浜発電所第2号機定期事業者検査の実施体制に関する保安院の評価 [H22.12.16]

評価結果は、保全の有効性評価プロセスの一部に改善状況を確認していく必要があることから、「当該審査を受けた組織の保全の有効性評価プロセスの一部に改善状況の確認が必要であるが、品質マネジメントシステムは機能しており定期事業者検査はおおむね自律的かつ適切な実施体制で実施されていると認められる」と評価



定期的、日常的な傾向管理により、劣化傾向は技術評価から乖離するものではなかった。

定期的、日常的な管理活動が適切な実施体制で実施されている

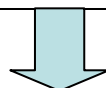
30年目の高経年化技術評価以降に美浜2号炉で発生した時間依存性のある事故・トラブル等; 2件

①Aー蒸気発生器1次冷却材入口管台溶接部での傷の確認について

第24回定検時(2007年度)に蒸気発生器の冷却材出入口管台について、国内外プラントでの600系Ni基合金の応力腐食割れ事象を踏まえ、予防保全としてショットピーニング工事を実施する際に工事前の表面状態を確認していたところ、Aー蒸気発生器冷却材入口管台のセーフエンド内面において、渦流探傷試験及び浸透探傷試験で有意な指示が確認された。

②原子炉格納容器送気ラインベローズ(アニュラス内)からの僅かな漏れ

第21回定検時(2003年度)に格納容器送気ラインの漏えい確認において、当該ラインを空気で検査圧力まで加圧したところ、圧力が低下傾向を示した。このため、加圧範囲の点検を実施した結果、漏えい確認用発泡剤による漏えい確認において、格納容器送気隔離弁前のダクト伸縮継手(ベローズ)から僅かな漏えいが認められた。



これらの事故・トラブル等については、30年目の高経年化技術評価では知見がなく評価できていなかったが、40年目の高経年化技術評価では、以下の通り事故・トラブルの再発防止対策が図られていることを確認した。

再発防止対策

①:Aー蒸気発生器冷却材入口管台セーフエンドについては、第24回定期検査時に新品に取り替え、同時に応力緩和措置を行った。一方、類似箇所であるAー蒸気発生器冷却材出口管台及びBー蒸気発生器冷却材出入口管台セーフエンドについては、渦流探傷検査により異常がないことを確認した上でショットピーニングを施工した。

②:格納容器送気用配管の内面からの塩素型応力腐食割れに着目すべき経年劣化事象として抽出し、技術評価を実施した。また、第22回定期検査時(2004年度)に予防保全として格納容器送気用配管の取替を実施した。更に、内面からの塩素型応力腐食割れに対して定期的にふき取り及び目視点検を実施することとした。

③長期保守管理方針の有効性評価

30年目に策定した長期保守管理方針(22件)

- ①有効性が認められた方針; 20件
②有効ではあったものの、追加的措置が必要とみなされた方針; 2件

	長期保守管理方針(30年目)の例	長期保守管理方針の有効性評価
①	使用時間の長い原子炉容器のインコネル600合金使用部位の超音波探傷検査等の結果に基づく予防保全措置を検討していく。 原子炉容器のニッケル基合金(インコネル600合金)の応力腐食割れについては、原子力安全・保安院指示文書(平成17・06・10原院第7号他)に基づく超音波探傷検査及びベアメタル検査を実施する。	第19回定期検査(2000年度)以降、安全注入管台、冷却材出入口管台及び底部管台の超音波探傷検査、ベアメタル検査並びに予防保全としてのウォータージェットピーニングを計画的に実施することにより健全性が確認できていることから、長期保守管理方針は有効であったと考える。
②	原子炉格納容器の電気ペネトレーション(ポッティング材)の絶縁低下については、代表電気ペネトレーション単体での絶縁抵抗測定を実施する。	第20回及び第24回定期検査時に代表電気ペネトレーションについて絶縁抵抗測定を実施し、健全性評価の妥当性を確認した。 40年目の高経年化技術評価において、代表機器と構造及び材料が類似する(製造メーカーが異なる)電気ペネトレーションが設置されていることから、実機相当品の長期健全性試験に基づき評価を行った結果、60年間供用後の設計想定事故においても絶縁機能を維持できると判断するが、製造メーカーが異なる電気ペネトレーションについては、実機同等品による再評価または取替を実施することを長期保守管理方針とした。

【炉内構造物】

- バッフルフォーマボルトの照射誘起型応力腐食割れ※¹により、バッフル板の健全性に影響を与える可能性は小さいが、日本機械学会の維持規格に基づき、必要な場合には超音波探傷検査を計画する。

(実施時期: 中長期)

- ※1 中性子線照射の影響で化学組成等が変化した材料に、環境要因、応力要因が重なることで発生する応力腐食割れ。

【原子炉容器支持部】

- 原子炉容器支持部のコンクリートは、熱影響による変形が急激に発生する可能性は小さいが、変形を傾向監視する。

(実施時期: 中長期)

【電気ペネトレーション※²】

- ポッティング材(電線管貫通部の内部にある充てん材)及び外部リード(内部の機器との接続用ケーブル)は、長期健全性試験の結果から絶縁機能を維持できると判断するが、長期健全性試験の対象と異なる製造メーカのものについては、実機同等品による再評価または取替を実施する。

(実施時期: 中長期)

※2 原子炉格納容器電線管貫通部

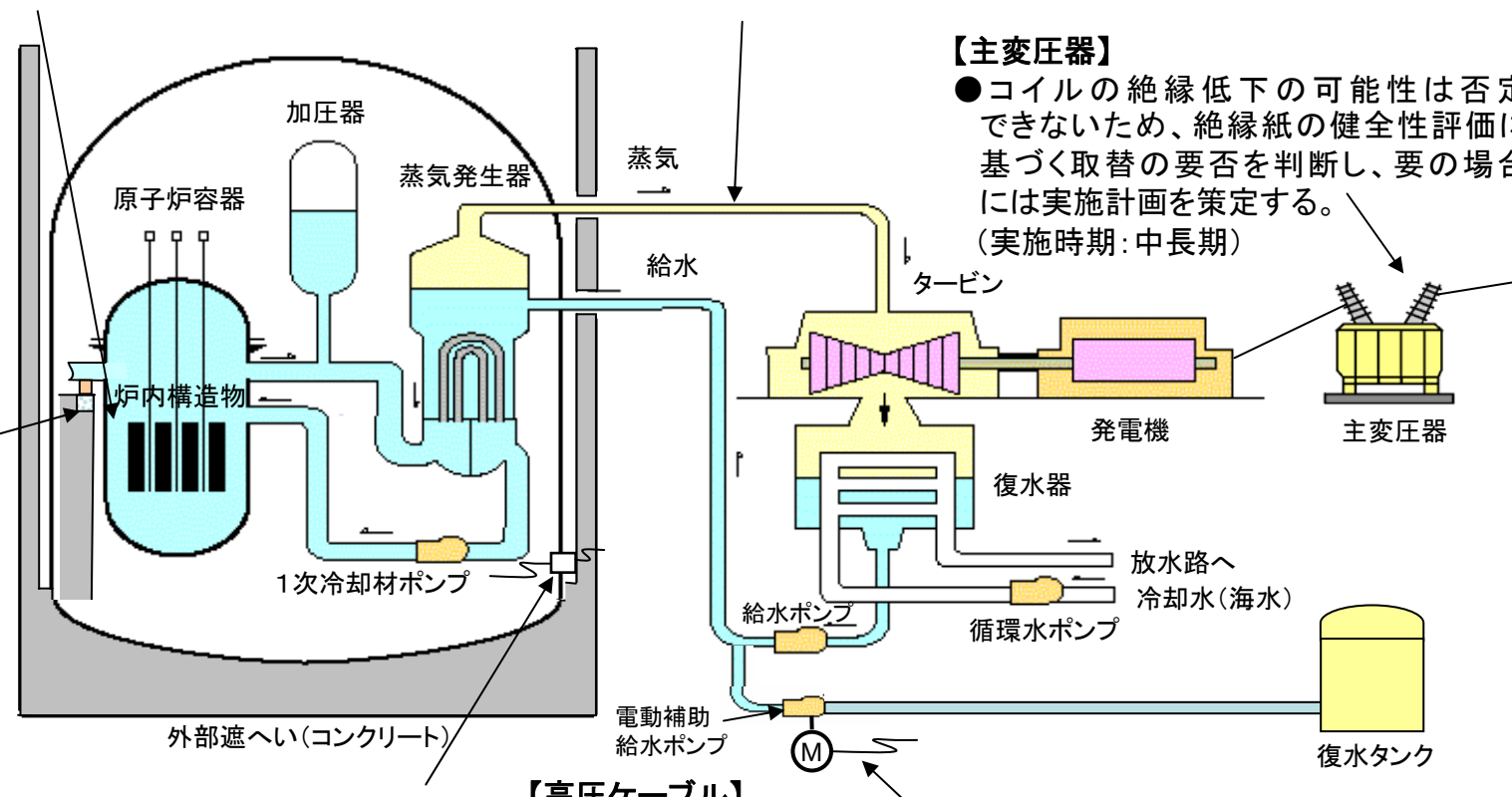
【主蒸気系統配管等の2次系炭素鋼配管】

- 肉厚測定による実測データに基づき耐震安全性評価を実施した炭素鋼配管については、第27回定期検査時に計画しているサポート改造等の設備対策が完了後、設備対策を反映した耐震安全性評価を実施する。(実施時期: 短期)

【主変圧器】

- コイルの絶縁低下の可能性は否定できないため、絶縁紙の健全性評価に基づく取替の要否を判断し、要の場合には実施計画を策定する。

(実施時期: 中長期)



【高圧ケーブル】

- 屋内に布設しているケーブルは、国プロジェクト※³の成果の反映や状態監視の重要性の観点から、サンプリング(使用条件、使用開始時期等を考慮して選定)ケーブルについて、絶縁抵抗測定以外の絶縁診断による傾向監視も実施する。(実施時期: 中長期)

※3 より実機環境を模擬したケーブルの経年劣化評価手法に関する検討(原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究)

高経年化技術評価結果と長期保守管理方針

○60年間の運転期間を仮定しても、大部分の機器・構造物は、現在行っている保全活動（分解・点検・手入れ等）を継続していくことで、健全性を維持可能と評価

○一部の機器については、実施すべき項目（点検・検査項目の追加、データの蓄積、知見の拡充、試験の実施等）を長期保守管理方針としてまとめた

No	保守管理の項目	実施時期※1
1	三重同軸型電気ペネトレーションのポッティング材及び外部リードの絶縁低下については、実機同等品による再評価または取替を実施する。	中長期
2	配管の腐食（流れ加速型腐食）については、肉厚測定による実測データに基づき耐震安全性評価を実施した炭素鋼配管*について、サポート改造等の設備対策工事完了後に、設備対策を反映した耐震安全性評価を実施する。 *：主蒸気系統配管、グランド蒸気系統配管、復水系統配管、蒸気発生器ブローダウン系統配管、ドレン系統配管	短期
3	炉内構造物のバップルフォーマボルトの照射誘起型応力腐食割れについては、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2008」に基づく超音波探傷検査の実施の可否を判断し、要の場合には実施計画を策定する。	中長期
4	難燃高圧CSHVケーブル（屋内）等*の絶縁体の絶縁低下については、サンプリングケーブルについて、絶縁抵抗測定以外の絶縁診断による傾向監視を実施する。 *：難燃高圧CSHVケーブル（屋内）、高圧CAケーブル	中長期
5	耐熱コンクリートの強度低下については、定期的に行っているキャビティシール据付時の隙間計測結果を用いて、耐熱コンクリートの変形を傾向監視する。	中長期
6	主変圧器のコイルの絶縁低下については、絶縁紙の寿命評価に基づく取替の可否を判断し、要の場合には実施計画を策定する。	中長期

※1：実施時期における、短期とは平成24年7月25日からの5年間、中長期とは平成24年7月25日からの10年間をいう。

技術開発課題について

高経年化技術評価書

6.3 技術開発課題

高経年化対策のための技術情報基盤の整備のための産官学の有機的連携を行う総合調整の場である原子力安全基盤機構の技術情報調整委員会の場において、2009年7月に高経年化対応技術戦略マップ2009が策定されている。高経年化対応技術戦略マップでは、高経年化技術評価によって抽出された技術開発課題も検討対象とされており、毎年実施されるローリングの中で整合を図ってこれらの技術開発課題を実施していく。

高経年化対応における文書体系が成熟

高経年化対策実施ガイドライン

日本原子力学会標準;2008年度版

技術開発課題の取扱い
産官学が連携して戦略的、効果的に実施する安全研究の一部として、計画・実施されるものである。

高経年化対応戦略マップ

安全基盤研究

◆照射脆化

国プロデータから、民間規格評価式の見直し要否を検討

◆絶縁劣化

設計想定事故環境で機能要求がある電気・計装設備の健全性評価手法の検証

美浜発電所 保安規定第120条

保全の有効性評価

以下の評価方法を活用して評価する

- ・点検および取替結果の評価
- ・劣化トレンドによる評価
- ・類似機器等のベンチマークによる評価
- ・研究成果等による評価

- ◆一部の機器については、現状の保全に加えて実施すべき保全項目を抽出し、6件の長期保守管理方針を策定
 - ◆現状の保全及び長期保守管理方針に基づく保全を実施していくことで、技術的に60年間の運転が可能であると評価
 - ◆技術開発については、高経年化対応技術戦略マップのローリングの中で整合を図りつつ実施し、常に改善を図る
- 福島事故での新たな知見の反映について、物理的な経年劣化事象の健全性評価のみならず、プロセス等についても真摯に対応していく